

ارتقای راکتورهای هسته‌ای از نسل دوم به نسل سوم و تأثیر آن در بهبود پدافند غیرعامل

سید علیرضا موسوی شیرازی^۱، سیما رستایش^۲

تاریخ دریافت: ۸۹/۰۹/۱۰

تاریخ پذیرش: ۸۹/۱۱/۲۶

چکیده

نظر به این که در پدافند غیرعامل، یکی از اهداف مهم، کاهش اثرات حوادث ناشی از حملات دشمن می‌باشد، لذا یکی از مواردی که به‌طور اخص نسبت به ایمنی هرچه بهتر آن می‌بایست توجه شود بحث راکتورهای هسته‌ای می‌باشد. در خصوص راکتورهای هسته‌ای، یکی از شاخص‌های اصلی در مبحث پدافند غیرعامل، ایمنی راکتور می‌باشد. در راکتورهای هسته‌ای نسل سوم، ابعاد قلب و هم‌چنین نوع خنک‌کننده و غنای سوخت نسبت به راکتورهای نسل دوم تغییر یافته است که در نهایت، تمامی این موارد، منجر به ایمنی بالاتر این راکتورها نسبت به راکتورهای نسل قبلی شده است؛ لذا در این مقاله هدف بر آن است که با یک تحقیق مقایسه‌ای بین دو راکتور هم‌قدرت از نوع نسل دوم و نسل سوم، پارامترهای نوترونیکی این دو راکتور نظیر: K_{eff} ، K_{∞} و اجزای تشکیل‌دهنده این پارامتر و هم‌چنین پارامترهای حرارتی و هیدرولیکی نظیر: چگالی قدرت، قدرت مخصوص، نرخ گرمای آزاد شده در واحد حجم راکتور، قدرت آزاد شده در واحد حجم سوخت، حجم و جرم غلاف و سوخت (شامل سوخت‌های قابل شکافت و غیر قابل شکافت)، در هر دو راکتور به‌دست آیند و با یکدیگر مقایسه گردند. از روی این مقایسه، به میزان کارایی و بهینه شدن قلب و نیز ایمنی بیشتر راکتورهای نسل سوم نسبت به نسل دوم که هر دو یک قدرت مشابه را دارا می‌باشند، می‌توان پی برد. بدین منظور اطلاعاتی نظیر: ابعاد قلب و گام شبکه، جنس سوخت، میزان غنا و نوع خنک‌کننده، جهت محاسبه پارامترهای مذکور مورد استفاده قرار می‌گیرند. برای تعیین پارامترهای نوترونیکی از برنامه نوترونیکی SIXFAC و نیز سایر روابط نوترونیکی مربوطه و برای تعیین پارامترهای حرارتی از روش تحلیلی و روابط مربوطه‌اش استفاده گردیده است.

کلیدواژه‌ها: پارامترهای ترمونوترونیکی، پدافند غیر عامل، راکتور هسته‌ای، نسل دوم، نسل سوم

۱- عضو هیأت علمی دانشگاه آزاد اسلامی واحد تهران جنوب، دانشکده فنی و مهندسی Email: a_moosavi@azad.ac.ir

۲- دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات تهران، دانشکده فنی و مهندسی Email: sima_ras67@yahoo.com

۱- مقدمه

با توجه به پیشرفت روزافزون تکنولوژی هسته‌ای به خصوص در زمینه راکتورها، تغییرات محسوس و قابل توجهی در تکامل راکتورهای هسته‌ای ساخته شده در جهان مشاهده می‌شود. از اولین راکتور هسته‌ای که توسط دانشمندی به نام فرمی در سال ۱۹۴۸ ساخته شد تا راکتورهای کنونی موجود در جهان، تغییرات بسیاری مشهود است. عمده این تغییرات به نوع طراحی راکتور، نوع سوخت مصرفی، میزان غنای سوخت، نوع خنک‌کننده قلب و کندکننده نوترونی، ابعاد قلب و ایمنی بیشتر راکتور - هم از لحاظ تکنولوژیکی و هم از جهت اصول سازه و محفظه ایمنی^۱ مناسب - باز می‌گردد [۱ و ۲]. در طراحی راکتورهای ABWR^۲ که نوع پیشرفته راکتورهای BWR^۳ بوده و جزو راکتورهای نسل سوم نیز محسوب می‌شوند موارد ایمنی جدیدی نسبت به راکتورهای BWR در نظر گرفته شده که منجر به کاهش خطرات ناشی از حوادث گشته است که از آن جمله می‌توان به موارد زیر اشاره کرد:

۱- طراحی بهتری در محفظه ایمنی و ساختمان بتنی خارجی راکتور صورت گرفته است؛ به طوری که مقاومت محفظه ایمنی در برابر فشار بیش از حد، افزایش یافته است. هم‌چنین در قلب راکتور نیز از سیستم‌های کنترلی مدرن تری نسبت به گذشته استفاده شده است.

۲- بهبود سیستم‌های کنترل در خاموش‌سازی راکتور در حوادث داخلی مانند LOCA^۴ و حوادث خارجی از جمله حملات دشمن، آتش، سیل و زمین لرزه.

۳- طراحی بهتر استخر خنک‌کننده جهت نگهداری و تصفیه محصولات شکافت به وجود آمده از سوخت کارکرده خارج شده از قلب راکتور.

۴- ایجاد محافظ ویژه DRYWALL.

در این مقاله دو راکتور قدرت از نوع آب جوشان (BWR) به نام‌های Kashiwazaki Kariwa (Unit-6) متعلق به کشور ژاپن و Forsmark (Unit-3) متعلق به کشور سوئد که هر دو دارای قدرت حرارتی مشابه و معادل: $\dot{q}_{th} = 3700 \text{ MWt} = 1235 \text{ MWe}$ [3,4] می‌باشند مورد بررسی قرار گرفته‌اند. راکتور Kashiwazaki از راکتورهای نسل سوم و راکتور Forsmark از راکتورهای نسل دوم محسوب می‌شوند.

۲- روش تحقیق

اطلاعات مربوط به این دو راکتور آب جوشان در جدول (۱) به طور کامل آورده شده است:

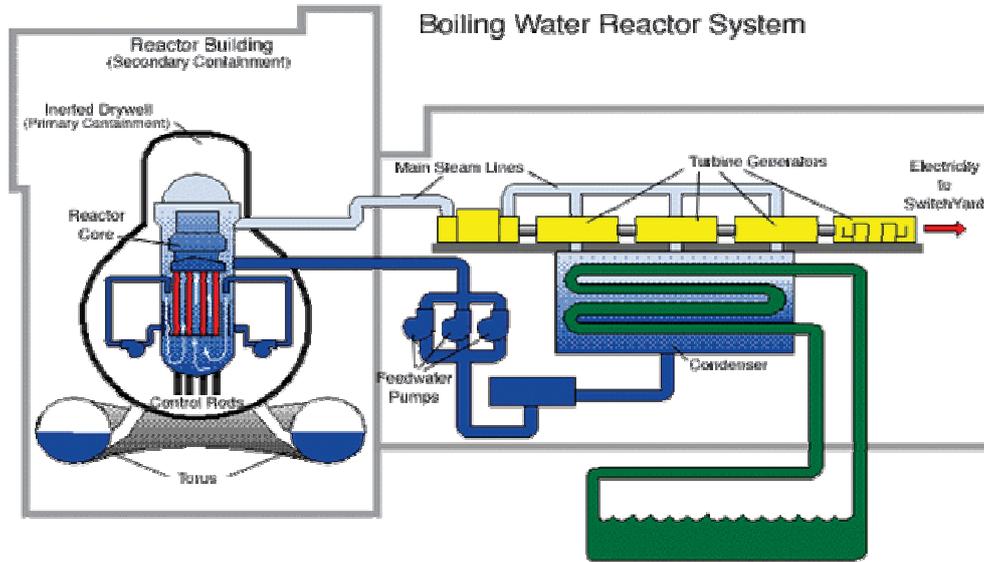
جدول ۱- مشخصه‌های مربوط به دو راکتور آب جوشان مورد بررسی [۳ و ۴]

پارامترهای مختلف	راکتور Kashiwazaki	راکتور Forsmark
جنس سوخت	UO ₂ قرص	UO ₂ قرص
جنس غلاف	Zr-2	Zr-2
درصد غنا	2.6 %	2.25 %
ارتفاع قرص	10.3 mm	8.7 mm
قطر قرص	10.4 mm	8.2 mm
ضخامت غلاف	0.86 mm	0.63 mm
ضخامت شکاف خارجی سوخت (δ_g)	0.09 mm	0.08 mm
ارتفاع میله سوخت	4066 mm	3914 mm
قطر خارجی میله سوخت	12.3 mm	9.62 mm
مدل مجتمع سوخت	8x8	8x8
تعداد میله‌های سوخت در هر مجتمع	60	100
گام میله سوخت	1.6 cm	1.27 cm
تعداد مجتمع‌های سوخت	872	700
گام مجتمع‌های سوخت	15.5 cm	15.45 cm
ارتفاع قلب	3.71 m	3.75 m
قطر قلب	5.16 m	4.6 m
جنس خنک‌کننده	H2O	H2O
شکل ظرف قلب	استوانه‌ای	استوانه‌ای
ارتفاع ظرف	21.0 m	20.8 m
قطر درونی ظرف	7.1 m	6.4 m

۲-۱- پارامترهای نوترونیکی

در این مقاله با استفاده از برنامه نوترونیکی SIXFAC و نیز با استفاده از روابط مربوطه، مقادیر ضریب تکثیر بی نهایت (K_{∞}).

- 1- Containment
- 2- Advanced Boiling Water Reactor
- 3- Boiling Water Reactor
- 4- Loss of Coolant Accident



شکل ۱- نمایی از یک راکتور آب جوشان (BWR) [۳]

جذب) برابر باشد که راکتور در این حالت، در حالت بحرانی^۴ قرار خواهد گرفت. حداقل مقدار عددی برای K_{eff} برابر صفر و حداکثر آن نیز برابر η می‌باشد. ضریب تکثیر مؤثر را می‌توان بدین صورت نوشت [۵]:

$$K_{eff} = \eta \cdot f \cdot p \cdot \epsilon \cdot P_{FNL} \cdot P_{THNL} = \eta \cdot f \cdot p \cdot \epsilon \cdot P_{TNL} \quad (1)$$

به طوری که ضریب شکافت حرارتی (η) برابر است با [۵و۶]:

$$\eta = \nu \frac{\sum_f F}{\sum_{fm} F} = \frac{\nu \cdot N^{235} \cdot \sigma_f^{235} \cdot g_f^{235}}{N^{235} \cdot \sigma_a^{235} \cdot g_a^{235} + N^{238} \cdot \sigma_a^{238} \cdot g_a^{238} + N^O \cdot \sigma_a^O} \quad (2)$$

$$N^{235} = \frac{m^{235} \cdot A}{M^{235}} \quad (3)$$

$$N^{238} = \frac{m^{238} \cdot A}{M^{238}} \quad (4)$$

4- Critical State,

ضریب تکثیر مؤثر^۱ (K_{eff}) و همچنین اجزای تشکیل‌دهنده این ضرایب برای هر دو راکتور در حالت فوق بحرانی^۲ تعیین شده‌اند. همچنین مقادیر سوخت به کار رفته در هر دو راکتور نیز با توجه به غنای موجود در آنها به دقت محاسبه و تعیین شده‌اند.

برنامه نوترونیکی SIXFAC یک برنامه تحت DOS بوده که با دریافت مقادیر ورودی از جمله: قطر میله سوخت و گام یا فاصله مرکز تا مرکز میله‌های سوخت بر حسب سانتی‌متر، غنای سوخت بر حسب درصد و تعداد میله‌های سوخت موجود در قلب، مقادیر: حجم قلب بر حسب لیتر، جرم ماده سوختی (UO_2) و جرم U^{235} موجود در سوخت، بر حسب کیلوگرم را تعیین می‌کند.

ضریب تکثیر مؤثر عبارت است از: تعداد نوترون‌های تولید شده در هر نسل نسبت به تعداد نوترون‌های تولید شده در نسل قبلی، و برای این که یک راکتور در حالت پایدار^۳ کار کند، می‌بایستی که این پارامتر در آن برابر ۱ شود، یعنی به عبارتی تعداد نوترون‌های تولید شده در هر مرحله با تعداد نوترون‌هایی که در مرحله قبل از بین می‌روند (مثلاً در اثر نشت یا فرار یا

1- Six Factor
2- Super Critical State
3- Steady State

۲-۲- پارامترهای حرارتی و سایر پارامترها

در مورد جرم سوخت به کار رفته در راکتور، با توجه به میزان غنای آن می توان نوشت [۷]:

$$r = \frac{m_{ff}}{m_f} \quad (11)$$

$$f_{fm} = \frac{m_f}{m_{fm}} = \frac{rM_{ff} + (1-r)M_{nf}}{rM_{ff} + (1-r)M_{nf} + M_{O_2}} \quad (12)$$

به طوری که [۸]:

$$m_{UO_2} = m_{fm} = \frac{N_{fm} \cdot M_{fm}}{A} = \rho_{fm} \cdot V_{fm} \quad (13)$$

$$m_U = m_f = m_{fm} \cdot f_{fm} = \rho_{fm} \cdot V_{fm} \cdot \frac{rM_{ff} + (1-r)M_{nf}}{rM_{ff} + (1-r)M_{nf} + M_{O_2}} \quad (14)$$

$$m_{U^{235}} = m_{ff} = m_{fm} \cdot f_{fm} \cdot r = \rho_{fm} \cdot V_{fm} \cdot \frac{rM_{ff} + (1-r)M_{nf}}{rM_{ff} + (1-r)M_{nf} + M_{O_2}} \cdot r \quad (15)$$

$$m_{U^{238}} = m_{nf} = m_f - m_{ff} \quad (16)$$

$$\rho_{UO_2} = \rho_{fm} = 10960 \text{ kg} / \text{m}^3$$

برای محاسبه میزان قدرت مخصوص، چگالی قدرت و نرخ گرمای آزاد شده در واحد حجم راکتور نیز می توان نوشت [۷]:

$$S.P = \text{نسبت قدرت کل به جرم اتم‌های سنگین} = \frac{\dot{q}_{th}}{n \cdot (\pi R_{fuel}^2 dz) \cdot \rho_{pellet} \cdot f_{fm}} = \frac{\dot{q}'}{n \pi (R_f + \delta_{gap})^2 \cdot \rho_{smeared} \cdot f_{fm}}$$

به طوری که:

$$\dot{q}' = \frac{\dot{q}_{th}}{l} \quad (18)$$

$$\rho_{smeared} = \frac{\pi R_f^2 \cdot \rho_{pellet}}{\pi (R_f + \delta_{gap})^2} \quad (19)$$

$$N^O = 2N^U = 2 \frac{m^U \cdot A}{M^U} = 2 \frac{m^U \cdot A}{rM^{235} + (1-r)M^{238}} \quad (5)$$

ضریب جذب حرارتی (f) نیز برابر است با [۵]:

$$f = \frac{\sum_a^F}{\sum_a^F + \sum_a^M} = \frac{N^{235} \cdot \sigma_a^{235} \cdot g_a^{235} + N^{238} \cdot \sigma_a^{238} \cdot g_a^{238} + N^O \cdot \sigma_a^O}{N^{235} \cdot \sigma_a^{235} \cdot g_a^{235} + N^{238} \cdot \sigma_a^{238} \cdot g_a^{238} + N^O \cdot \sigma_a^O + N^H \cdot \sigma_a^H + N^{Om} \cdot \sigma_a^O}$$

$$M_{U^{235}} = M_{ff} = 235.040 \text{ gr/mol} \quad \rightarrow$$

$$M_{U^{238}} = M_{nf} = 238.029 \text{ gr/mol}$$

$$M_{O_2} = 31.998 \text{ gr/mol}$$

$$\sigma_f^{235} = 570 \text{ barn} \quad ,$$

$$\sigma_a^{235} = 594 \text{ barn} \quad , \quad \sigma_f^{238} = 2.4 \text{ barn}$$

$$g_f^{235} = 0.8956 \quad , \quad g_a^{235} = 0.9118 \quad , \quad g_a^{238} = 1.0198$$

احتمال فرار نوترون‌های سریع از ناحیه رزونانس (p) نیز برابر است با [۵]:

$$\xi = \frac{M}{M + \frac{2}{3}} \quad (7)$$

که ξ عبارت است از کاهش انرژی نوترون پس از هر برخورد^۱ و M نیز عدد جرمی عنصر می باشد.

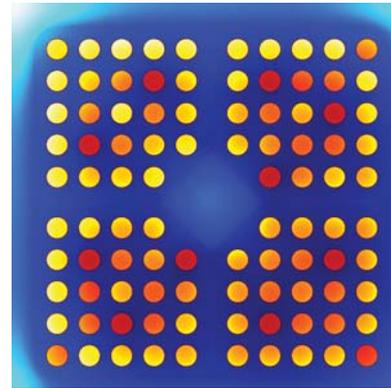
$$I_{eff} = 3.9 \times \left(\frac{\sum_s}{N^{238}} \right)^{0.415} \quad (8)$$

$$p = e^{-\left(\frac{N^{238}}{\xi \cdot \sum_s} \right) \times I_{eff}} \quad (9)$$

$$\sum_s = N^{235} \cdot \sigma_s^{235} + N^{238} \cdot \sigma_s^{238} + N^O \cdot \sigma_s^O + N^H \cdot \sigma_s^H + N^{Om} \cdot \sigma_s^O + N^{Zr} \cdot \sigma_s^{Zr} \quad (10)$$

احتمال فرار نوترون‌های سریع از ناحیه رزونانس (p) زمانی به حداکثر می رسد که سوخت مصرفی دارای غنای ۱۰۰٪ باشد.

شکل (۲) آرایش میله‌های سوخت در یک مجتمع سوخت به کار گرفته شده در راکتور آب جوشان را نشان می‌دهد که دارای شبکه‌های سوخت مربعی می‌باشد:



شکل ۲- مجتمع سوخت نمونه در راکتور آب جوشان [۹]

در یک مجتمع سوخت با آرایش مربعی، چگالی قدرت عبارت است از [۷]:

$$P.D = \frac{\dot{q}}{\text{pitch}^2} \quad (20)$$

برای محاسبه قدرت در واحد حجم قلب راکتور (\dot{q}''') نیز می‌توان نوشت [۸]:

$$\dot{q}''' = \frac{\dot{q}_{th}}{V} \quad (21)$$

هم‌چنین برای محاسبه مقدار قدرت در واحد حجم سوخت به کار رفته (\dot{q}_c''') در یک راکتور هسته‌ای استوانه‌ای نیز می‌توان نوشت [۸]:

$$\dot{q}''' = \dot{q}_c''' J_0 \left(\frac{2.405 r}{R_e} \right) \cos \left(\frac{\pi \cdot z}{He} \right) \quad (22)$$

$$\dot{q}_{th} = \int_{-l/2}^{+l/2} \dot{q}''' A_s \cdot dz = \frac{2}{\pi} \dot{q}''' \cdot A_s \cdot H_f \quad (23)$$

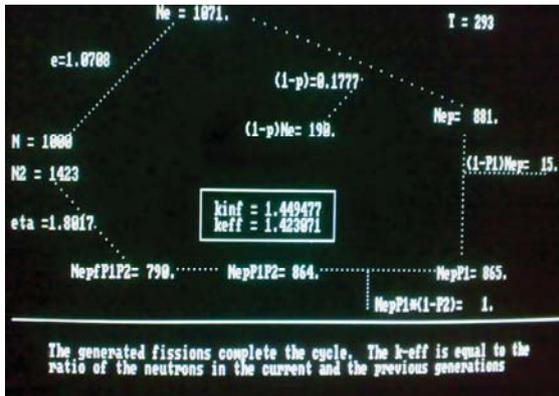
که A_s مجموع مساحت سطح مقطع‌های کلیه میله‌های سوخت به کار رفته در قلب، Re شعاع مؤثر قلب، dz ارتفاع میله‌های

سوخت موجود در قلب، He : ارتفاع قلب و J_0 تابع بسل می‌باشد. بنابراین می‌توان نتیجه گرفت:

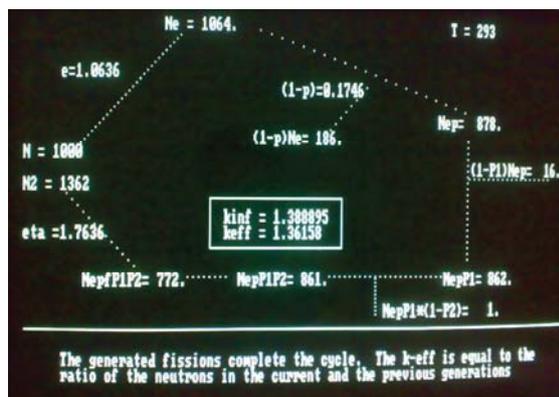
$$\dot{q}_c''' = \frac{\dot{q}_{th}}{0.275 n \cdot A_s \cdot H_f} \quad (24)$$

۳- نتایج و بحث

با استفاده از اطلاعات جدول (۱) و هم‌چنین روابط مذکور و نیز با استفاده از برنامه نوترونیکی SIXFAC، سایر پارامترهای نوترونیکی و حرارتی و کمیت‌های مختلف دو راکتور Kashiwazaki Kariwa و Forsmark مطابق شکل‌های (۳) و (۴) و نیز جدول‌های (۲) و (۳) نتیجه گرفته می‌شود:



شکل ۳- چرخه نوترونی به دست آمده از طریق برنامه نوترونیکی SIXFAC برای راکتور Kashiwazaki



شکل ۴- چرخه نوترونی به دست آمده از طریق برنامه نوترونیکی SIXFAC برای راکتور Forsmark

جدول ۲- مقادیر محاسبه شده و به دست آمده برای پارامترهای نوترونیکی

پارامترهای نوترونیکی تعیین شده در حالت فوق بحرانی	از روش تحلیلی برای راکتور Kashiwazaki	از برنامه SIXFAC برای راکتور Kashiwazaki	از روش تحلیلی برای راکتور Forsmark	از برنامه SIXFAC برای راکتور Forsmark
K_{eff}	1.3868	1.4230	1.3615	1.3140
K_{∞}	1.4039	1.4494	1.3888	1.3384
η	1.7902	1.8017	1.7636	1.7500
f	0.9090	0.9143	0.8966	0.8945
p	0.8205	0.8223	0.8254	0.8203
ϵ	1.0515	1.0708	1.0636	1.0423
P_{FNL}	0.9880	0.9823	0.9818	0.9826
P_{THNL}	0.9998	0.9988	0.9989	0.9992
P_{TNL}	0.9878	0.9811	0.9807	0.9818

جدول ۳- مقادیر محاسبه شده و به دست آمده برای پارامترهای حرارتی

پارامترهای حرارتی و سایر کمیت‌های تعیین شده	راکتور Kashiwazaki	راکتور Forsmark
حجم سوخت (V_{UO_2})	18.071 m ³	14.468 m ³
حجم غلاف (V_{cl})	7.206 m ³	5.445 m ³
حجم میله سوخت	25.277 m ³	19.914 m ³
حجم قلب	77.582 m ³	62.321 m ³
حجم ظرف	831.430 m ³	669.134 m ³
جرم کل UO ₂ موجود در قلب راکتور (m_{fm})	198058.16 kg	158569.28 kg
جرم کل U موجود در قلب راکتور (m_f)	174581.72 kg	139774.20 kg
جرم کل U ²³⁸ موجود در قلب راکتور (m_{ff})	170042.60 kg	136629.28 kg
جرم کل U ²³⁵ موجود در قلب راکتور (m_{ff})	4539.12 kg	3144.92 kg
قدرت مخصوص (S.P)	21.194 W/gr	26.469 W/gr
چگالی قدرت (P.D)	67.940 kW/lit	83.728 kW/lit
قدرت در واحد حجم قلب (\dot{q}''')	47.691 kW/lit	59.370 kW/lit
قدرت در واحد حجم سوخت (\dot{q}'''_c)	532.272 kW/lit	675.631 kW/lit

قابل شکافت، σ_f : سطح مقطع شکافت، σ_a : سطح مقطع جذب، Σ_s : سطح مقطع ماکروسکوپی پراکندگی، N^0 : تعداد اتم‌های اکسیژن، N^{H_2} : تعداد اتم‌های هیدروژن، N^{235} : تعداد اتم‌های اورانیوم ۲۳۵، N^{238} : تعداد اتم‌های اورانیوم ۲۳۸، N^U : تعداد اتم‌های اورانیوم، m_f یا m_U : جرم اورانیوم مورد استفاده، m_{UO_2} یا m_{fm} : جرم ماده سوختی مورد استفاده، m^{235} : جرم اورانیوم ۲۳۵ مورد استفاده، m^{238} : جرم اورانیوم ۲۳۸ مورد استفاده، M_U : عدد جرمی اورانیوم، A : عدد آووگادرو، ξ : کاهش لگاریتمی انرژی نوترون پس از هر برخورد، f_{fm} : نسبت جرم اورانیوم به جرم ماده سوختی، δ_{gap} : شعاع فضای خالی داخل میله سوخت، A_s : مجموع مساحت سطح مقطع‌های کلیه میله‌های سوخت به کار رفته در قلب، Re : شعاع مؤثر قلب، dz : ارتفاع میله‌های سوخت موجود در قلب، He : ارتفاع قلب، J_0 : تابع بسط، $pitch$: گام و فاصله مرکز تا مرکز دو میله سوخت، g_a^{235} ، g_a^{238} : ضرایب تصحیح g فاکتور، R_{fuel} : شعاع میله سوخت، dz : ارتفاع میله سوخت در نقطه مورد نظر، ρ_{pellet} : چگالی قرص سوخت، n : تعداد میله‌های سوخت.

مراجع

1. Tachibana, Y., Sawahata, H., Iyoku, T., Nakazawa, T., Reactivity control system of the high temperature engineering test reactor. Nuclear Engineering and Design 233, 89-101, (2004).
2. Zhao, F., Cheung, K., Yeung, R., Optimal power control system of a research nuclear reactor. Nuclear Engineering and Design 219, 247-252, (2003).
3. http://www.insc.anl.gov/cgi-bin/rperl/sql_interface?view=newrx_data&qvar=oracle_id&qval=213#ref_opstr_data
4. http://www.insc.anl.gov/cgi-bin/rperl/sql_interface?view=newrx_data&qvar=oracle_id&qval=310#fuel_data
5. Lamarsh, J. R; "Introduction to Nuclear Engineering (3 rd Ed)"; Addison, Wesley, 35-80, (2001).
6. Stacy; "Nuclear Reactor Physic"; JW, chapter (2, 3), (1999).
7. Neil, E. T., and Kazimi, M; "Nuclear Systems 1 Thermal Hydraulic Fundamentals"; Hemisphere Publishing Corporation, 9-50, (1990).
8. Wakil, E; "Nuclear Heat Transfer"; Hemisphere Publishing Corporation, 103-109, (1991).
9. Benítez, J., Martínez, P., Pérez, H., International cooperation on control for safe operation of nuclear research reactors. Progress in Nuclear Energy 46, 321-327, (2005).

در شکل‌های (۳) و (۴)، P1 همان P_{FNL} و P2 همان P_{THNL} است که به همراه سایر پارامترها در قسمت معرفی نمادها در موردشان توضیح داده شده است.

از مقادیر به دست آمده برای پارامترهای نوترونیکی که در جدول (۲) مشاهده می‌شود می‌توان دریافت که در راکتور نسل سومی Kashiwazaki مقادیر نوترونیکی K_{∞} ، K_{eff} و اجزای تشکیل دهنده آن به ازای تعداد نوترون‌های ثابتی که در یک چرخه نوترونی قرار گرفته است، نسبت به راکتور نسل دومی Forsmark دارای مقادیر بالاتری می‌باشد. بنابراین در حالت فوق بحرانی (و بدون در نظر گرفتن تأثیر تزریق راکتیویته منفی ناشی از حرکت میله کنترل راکتور) این‌طور نتیجه گرفته می‌شود که راکتور نسل سوم Kashiwazaki در یک شرایط قدرت مشابه، نسبت به راکتور نسل دوم Forsmark ضرایب نوترونیکی بالاتری می‌باشد. هم‌چنین از مقادیر به دست آمده برای پارامترهای حرارتی و هیدرولیکی که در جدول (۳) مشاهده می‌شود نیز می‌توان دریافت که راکتور Kashiwazaki دارای حجم بیشتری از قلب و سوخت و ابعاد محفظه ایمنی و هم‌چنین جرم بیشتری از سوخت نسبت به راکتور Forsmark بوده و دارای مقادیر کمتری از قدرت در واحد حجم قلب، و سوخت می‌باشد که این نتایج نشان‌دهنده این است که علت به‌کارگیری راکتورهای نسل سوم نسبت به نسل دوم، ایمنی بیشتر آنها از نقطه نظر عملکرد می‌باشد. بنابراین به‌طور کلی می‌توان نتیجه گرفت که در صورت حمله دشمن به یک راکتور نسل سوم، آسیب دیدگی کمتری برای این راکتور اتفاق خواهد افتاد و هدف اصلی پدافند غیرعامل، که همان کاهش اثرات حوادث می‌باشد برآورده خواهد گردید.

۴- معرفی نمادها

η : ضریب شکافت حرارتی، f : ضریب جذب حرارتی، p : احتمال فرار نوترون‌های سریع از ناحیه رزونانس، ϵ : نسبت مجموع تعداد نوترون‌های حاصل از شکافت حرارتی و سریع به نوترون‌های حاصل از شکافت حرارتی، P_{FNL} : احتمال عدم نشت نوترون‌های سریع، P_{THNL} : احتمال عدم نشت نوترون‌های حرارتی، P_{TNL} : احتمال عدم نشت نوترون‌های سریع و حرارتی، K_{∞} : ضریب تکثیر بی نهایت، K_{eff} : ضریب تکثیر مؤثر، N : تعداد نوترون‌های اولیه، \dot{q}_{th} : قدرت حرارتی تولید شده در کل حجم قلب راکتور، \dot{q} : قدرت در واحد طول، r : غنای سوخت، M_{ff} : عدد جرمی عنصر قابل شکافت، M_{nf} : عدد جرمی عنصر غیر

The Enhancement of Nuclear Reactors from Gen II to III and its Effect in Passive Defense

Seyed Alireza Mousavi Shirazi¹

Sima Rastayesh²

Abstract

Since in passive defense, one of the important aims is to decrease the effects caused by enemy attacks, one of issues whose safety must be taken into special consideration is nuclear reactors. In regard to passive defense, one of the main indicators is reactor safety. In third generation nuclear reactors, dimensions of core and also the kind of coolant and enrichment percentage of fuel have changed compared to the second generation that eventually, all of them have culminated in higher safety of these reactors than previous generation reactors. Therefore in this article the aim is based on a comparative investigation between two same power reactors of second and third generations, that the neutronic parameters of both reactors such as: K_{∞} , K_{eff} and its details and thermal-hydraulic parameters such as: power density, specific power, volumetric heat rate, released power per fuel volume unit, volume and mass of clad and fuel (consisting fissile and fertile fuels), be calculated and compared together. By this comparison, the efficiency, modification and also more safety of third generation nuclear reactors compared to the second generation which have same power, can be figured out.

In order to calculate the cited parameters, some information such as: core dimensions, the pitch of lattice, the fuel matter, the percentage of enrichment and the kind of coolant are used. For calculating the neutronic parameters, a neutronic program entitled: SIXFAC and also related formulas have been used. In the meantime, to calculate the thermo hydraulic and other parameters, analytical method and related formulas have been applied.

Key Words: *Nuclear Reactor, Passive Defense, Second Generation, Third Generation, Thermo-Neutronic Parameters*

1- M.S in Nuclear Reactor Engineering, Academic Member of Islamic Azad University, South Tehran Branch, Technical & Engineering College, Department of Physics, Tehran, Iran. (E-mail: alireza_moosavi@yahoo.com)

2- B.S in Nuclear Reactor Engineering, Islamic Azad University, Science and Research Branch, Technical & Engineering College, Tehran, Iran. (E-mail: sima_ras67@yahoo.com)